

*Литовченко В.Ю., Васютин Н.А., Таишыков О.Л.,
Козлов А.В., Селезнев Е.Н.*

МОДЕЛИРОВАНИЕ КОМБИНИРОВАННОЙ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ ПРИ РАБОТЕ С ИСТОЧНИКАМИ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ

Аннотация. Представлен обзор работ, проводимых совместно специалистами УрФУ и АО «Институт реакторных материалов» по расчетно-экспериментальным исследованиям состава комбинированной радиационной защиты. Выполнен анализ результатов работ по проектированию состава однородных радиационно-защитных материалов (РЗМ) и их потенциала в реализации принципа оптимизации при планировании радиационно-опасных работ на примере кондиционирования жидких радиоактивных отходов при ионоселективной очистке.

Ключевые слова: радиоактивные источники, безопасность; доза облучения; нормы безопасности; оптимизация радиационной защиты, источник гамма-излучения, защита и безопасность, жидкие радиоактивные отходы, (ЖРО), ионоселективная очистка ЖРО, цементирование ЖРО.

Abstract. A review of the work carried out jointly by specialists from UrFU and JSC «Institute of Nuclear Materials» on the experimental design studies of the composition of combined radiation protection is presented. The analysis of the results of designing the composition of homogeneous radiation protective materials (RPM) and their potential in the implementation of the optimization principle in the planning of radiation hazardous work using the example of conditioning liquid radioactive waste during ion selective cleaning is carried out.

Keywords: radioactive sources, safety of; irradiation dose; safety standards; optimization of radiation protection, gamma radiation source, protection and safety, liquid radioactive waste (LRW), ion-selective purification of LRW, cementation of LRW.

Введение

Дозовые затраты при проведении радиационно-опасных работ снижают посредством воздействия на факторы времени, расстояния и радиационный параметр. Первые два фактора требуют предварительной проработки и в ряде случаев значительных затрат (например, использование дистанционных приспособлений, автоматов для сварки и контроля, робототехники, тренировка персонала на тренажерах и макетах и т.д.). Третий фактор носит многогранный характер: предполагается использование различных вариантов снижения уровня излучения от оборудования и трубопроводов, начиная с масштабных (снижение содержания кобальта, а также других легкоактивируемых элементов в конструкционных материалах, соблюдение оптимального ВХР и т.д.) и

заканчивая дезактивацией оборудования и трубопроводов, использованием экранирования и т.д. [1].

Экранирование, как один из вариантов воздействия на радиационный параметр, является одним из наиболее распространенных способов снижения облучаемости персонала при работах в радиационных полях. Временные защитные экраны (свинцовые листы, плиты, стальные листы, бетонные переносные стенки и т.д.) используются как для отдельных операций, так и для рабочей зоны в целом [2].

Наиболее эффективны для уменьшения мощности гамма-излучения, определяющего основную дозовую нагрузку персонала при ремонте, модернизации, выводе из эксплуатации, защитные экраны, наполнителем которых являются материалы с большим атомным номером и высокой плотностью (например, железо, свинец, вольфрам). В некоторых случаях в качестве наполнителей строительных материалов для защиты помещений с источниками ионизирующих излучений можно использовать другие компоненты (в том числе природные минералы), например, барит, как добавку в штукатурку для защиты (например, рентгеновских кабинетов) [3].

Среди традиционных защитных материалов наиболее эффективны свинец и вольфрам. Однако их стоимость весьма значительна. Основным экранирующим материалом в настоящее время остается свинец. Применение листового свинца толщиной более 5 мм требует сложных конструктивных решений из-за его пластичности. Для надежной фиксации свинцовых листов на вертикальной поверхности требуется большое число точек крепления, что приводит к возникновению «очагов прорыва» защиты, особенно при наличии вибрации. Также необходимо учитывать токсикологическую опасность свинца и высокие расходы на утилизацию материалов, содержащих свинец [4].

Предмет исследования

Поскольку поглощающая способность материала зависит от спектра γ -излучения (изотопного состава) радиоактивных загрязнений, в свете реализации принципа оптимизации радиационной защиты значительный потенциал имеет подбор (проектирование) состава поглотителей (химических элементов), оценка ослабляющей γ -излучение способности более дешевых материалов или гомогенной защиты в виде матрицы со свинцовым или вольфрамовым наполнением с требуемой концентрацией [5].

С 2011 г. специалистами кафедры «Атомные станции и ВИЭ» УрФУ и АО «ИРМ» ведутся работы по оптимизации состава РЗМ применительно к планируемым условиям облучения [6], [7]. Целью расчетно-экспериментальных

исследований, проводимых на первом этапе, была разработка и верификация гомогенных РЗМ с заданным содержанием наполнителей, адаптированных к радиоактивным загрязнениям систем объектов использования атомной энергии (ОИАЭ), различающимся изотопным составом. В дальнейшем исследования были направлены на оптимизацию состава РЗМ применительно к нейтронному и смешанному гамма- и нейтронному излучению [8].

В настоящее время ведутся расчетно-экспериментальные исследования по обоснованию емкости контейнеров НЗК по изотопам цезия-137 и кобальта-60 при кондиционировании ЖРО методом ионоселективной очистки [9], оптимизации состава комбинированной радиационной защиты от жесткого бета-излучения [10], изучению радиационно-защитных свойств природных минералов для оценки потенциальной возможности их использования в составе строительных материалов при сооружении ОИАЭ [11], [12].

Для защиты от высокоэнергетического бета-излучения применяются либо толстые слои тяжелого материала (например, свинца), чтобы подавить возникающее вторичное тормозное излучение, либо легкие вещества (такие как полиэтилен, парафин, алюминий) для уменьшения его генерации в сочетании с тяжелыми. Для ослабления гамма-излучения применяются исключительно тяжёлые металлы (свинец, чугун, вольфрам, обеднённый уран).

Однако использование чистых материалов может оказаться неэффективным, защита будет занимать большое пространство, либо иметь большой вес или высокую стоимость. В работе [13] рассматриваются варианты решения данной проблемы с использованием комбинированной защиты, с помощью которой можно добиться той же эффективности при уменьшении размеров и стоимости.

Определенное взаимное расположение слоев различных материалов на пути распространения излучения также позволяет повысить эффективность защиты.

Для верификации данных, полученных расчетным путем, в АО «Институт реакторных материалов» проводится серия экспериментов по определению поглощающих свойств комбинированных материалов по отношению к ионизирующему излучению различных энергий.

Одной из важных задач при выводе из эксплуатации блоков АЭС, в том числе с реакторами на быстрых нейтронах является переработка (отверждение) жидких радиоактивных отходов (ЖРО) [14]. Существенно более высокие возможности селективной сорбции в сокращении объемов конечного радиоактивного продукта определяют её преимущества по сравнению с

другими методами переработки кубовых остатков, позволяя сконцентрировать радионуклиды ЖРО в небольшом объеме сорбента [15].

Высокая эффективность неорганических сорбентов нового поколения повышает эффективность установок ионоселективной сорбции при условии решения задачи безопасного хранения отработанного сорбента средней и высокой активности в местах переработки, транспортировки и захоронения. В связи с этим, важным условием реализации данной технологии является оптимизация радиационной защиты контейнера с радиоактивными отходами [16].

Проводимые расчетно-экспериментальные исследования комбинированных радиационно-защитных материалов направлены на реализацию одного из основных принципов радиационной защиты – принципа оптимизации [8].

Методы и технологии

В представленной работе рассмотрены расчетные исследования по обоснованию радиационной безопасности при переработке ЖРО методом ионоселективной очистки и кондиционировании сорбента, содержащего изотопы цезия-137 и кобальта-60, в составе цементного компаунда, размещаемого в контейнере типа НЗК.

На рисунке 1 представлена модель задачи, выполненная в расчётном коде, основанном на методе Монте-Карло.

Целью данного исследования является определение максимальной загрузки сорбента, насыщенного в основном цезием-137, в составе цементного компаунда в контейнер без дополнительной защиты и с использованием в качестве дополнительной защиты стального вкладыша разной толщины. Основным требованием при этом является непревышение значения мощности дозы 40 мкЗв/ч на расстоянии 1 м от боковой поверхности контейнера. Рассматривался контейнер типа НЗК-150-1,5П с внутренними габаритами 1320×1320×910 мм с внутренним, заполняемым объемом около 1400 л, со стенками толщиной 150 мм (материал контейнера – бетон М500).

В качестве изотопов, содержащихся в сорбенте и вносящих основной вклад в мощность дозы, рассматривались цезий-137 с удельной активностью 0,1 Ки/г и кобальт-60 с удельной активностью 0,0001 Ки/г.

Для кондиционирования жидких радиоактивных отходов предполагалось рассмотреть два варианта компоновки.

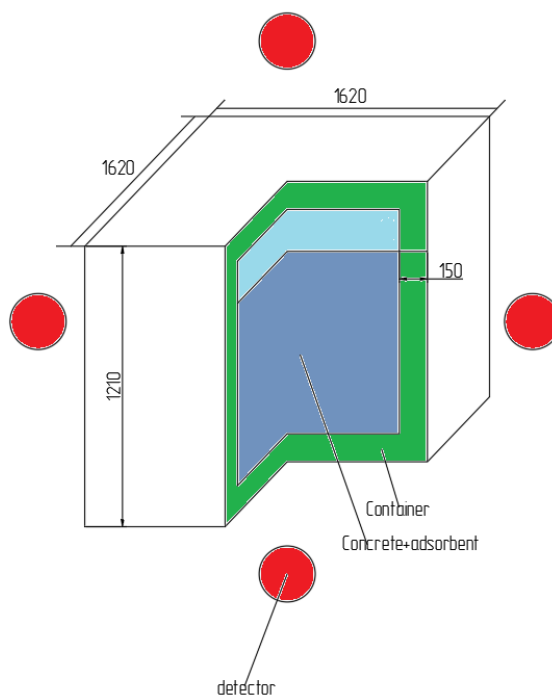


Рисунок 1 – Модель контейнера

В первом варианте компоновки контейнер заполняется гомогенной смесью, состоящей из цемента марки М500 и воды в соотношении 1:2, к которым добавлено сорбирующее вещество, содержащее радиоактивные изотопы цезий-137 и кобальт-60 в соотношении 1200 литров цементного компаунда к 200 литрам сорбента. Плотность чистого цементного раствора составляет 2,2 г/см³.

Во втором варианте компоновки в контейнер предполагалось поместить вкладыш из стали марки 12Х18Н10Т для снижения мощности дозы на внешней поверхности контейнера. Внутренние габариты такого вкладыша 920×920×820 мм, а толщина стенок от 20 до 40 мм. Пространство между стенками вкладыша и контейнера заполняется цементным раствором марки М500. Таким образом, объем, который можно использовать для хранения радиоактивных отходов ограничивается внутренним объемом вкладыша. Предполагалось заполнять внутреннее пространство вкладыша смесью цементного компаунда марки М500 и сорбента в соотношении 400 литров бетона на 200 литров сорбента. На рисунке 2 представлена модель задачи со стальным вкладышем внутри контейнера.

Фактором, определяющим выбор компоновки, являлась мощность дозы на расстоянии 1 метра от внешней поверхности контейнера. В случае, если для обеих компоновок мощность дозы составляла более 40 мкЗв/ч необходимо было найти максимальный допустимый объем сорбента, при котором такая мощность дозы не достигается или же увеличить толщину стального вкладыша.

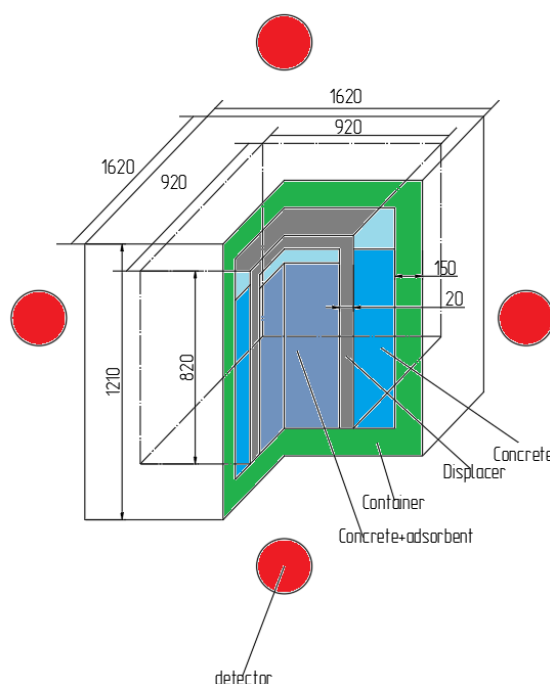


Рисунок 2 – Модель контейнера со стальным вкладышем внутри

Задача была решена с использованием высокопрецизионного расчетного кода, реализующего метод Монте-Карло для моделирования переноса частиц. В качестве детектирующего образца на расстоянии 1 м от боковых стенок контейнера были размещены сферы, радиусом 10 см, элементный состав которых имитирует состав мышечной ткани человека (табл. 1).

Таблица 1 – Элементный состав имитатора мышечной ткани

Элемент	Массовая доля
C	0,111
O	0,761
N	0,026
H	0,102
(Плотность материала 1,00033 г/см ³)	

Для оценки мощности дозы излучения, попадающего на детектирующий образец, использовалась оценка энерговыделения, нормированного на одну частицу (размерность МэВ/(г×част)).

Результаты и их обсуждение

В результате расчета были получены следующие данные.

Для первого варианта компоновки без изменения объема сорбента, мощность дозы на расстоянии 1 метра от поверхности контейнера составила 301,9 мкЗв/ч. Результаты представлены в таблице 2.

Таблица 2 – Мощность дозы на поверхности контейнера без стального вкладыша, объем сорбента 200 л

Изотоп			
Цезий-137		Кобальт-60	
Суммарная активность, Ки	20	Суммарная активность, Ки	0,02
Расчетное значение, МэВ/г	$7,798 \times 10^{-10}$	Расчетное значение, МэВ/г	$2,3497 \times 10^{-11}$
Мощность дозы на детекторе, мкЗв/ч	299,52	Мощность дозы, на детекторе, мкЗв/ч	2,38
Суммарная мощность дозы, мкЗв/ч		301,90±24,15	

Поскольку мощность дозы при заданном объеме радиоактивных отходов больше допустимой, для компоновки контейнера без вкладыша были проведены дополнительные расчеты с целью поиска максимального допустимого объема сорбента, при котором мощность дозы на расстоянии 1 метра от боковой поверхности контейнера не превышает 40 мкЗв/ч.

Зависимость мощности дозы от объема сорбента приведены на рисунке 3. В результате расчета установлено, что максимальный объем сорбента для компоновки без вкладыша составляет 26,48 л. Суммарная активность отходов в таком случае составляет 2,65 Ки. Результаты расчета приведены в таблице 3.

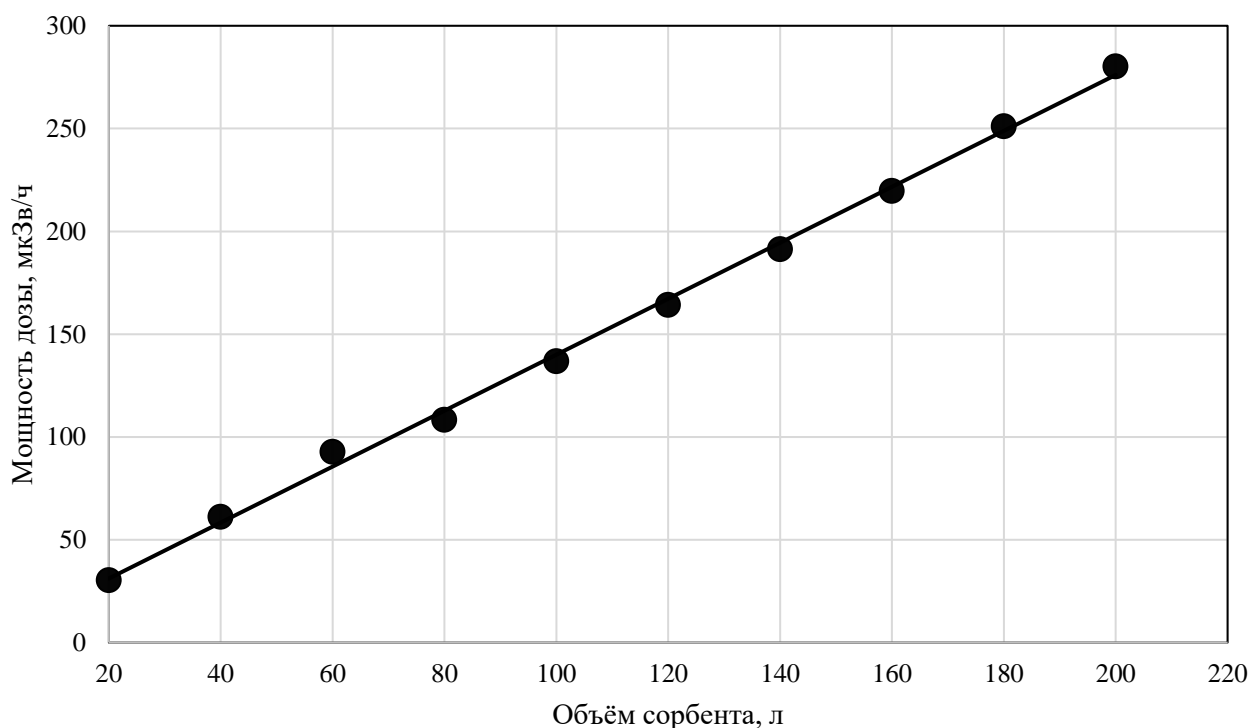


Рисунок 3 – Зависимость мощности дозы на расстоянии 1 м от поверхности контейнера от объема сорбента.

Таблица 3 – Результаты расчета максимального объема сорбента для компоновки без вкладыша

Характеристика	Значение
Допустимая мощность дозы, мкЗв/ч	40
Объем сорбента при допустимой мощности дозы, л	26,483
Суммарная активность отходов в контейнере, Ки	2,65
Плотность сорбента, кг/л	1*
*Условно принимается, поскольку сорбент имеет водную основу	

Таким образом, от компоновки без вкладыша решено было отказаться, поскольку суммарная активность отходов на один контейнер оказывается слишком малой, что значительно увеличивает требуемое количество контейнеров для кондиционирования имеющегося объема ЖРО. Это повышает стоимость переработки и объемы хранилищ для размещения контейнеров.

Для второго варианта компоновки без изменения объема сорбента, мощность дозы на расстоянии 1 м от поверхности контейнера составила 12,6 мкЗв/ч. Таким образом, при толщине стального вкладыша 20 мм удалось обеспечить допустимую мощность дозы.

На рисунке 4 представлены результаты расчёта мощности дозы при загрузке цементного компаунда в зависимости от толщины стального вкладыша. При толщине вкладыша 20 мм мощность дозы на расстоянии 1 м составляет 12,6 мкЗв/ч. Погрешность результатов – не более 11%.

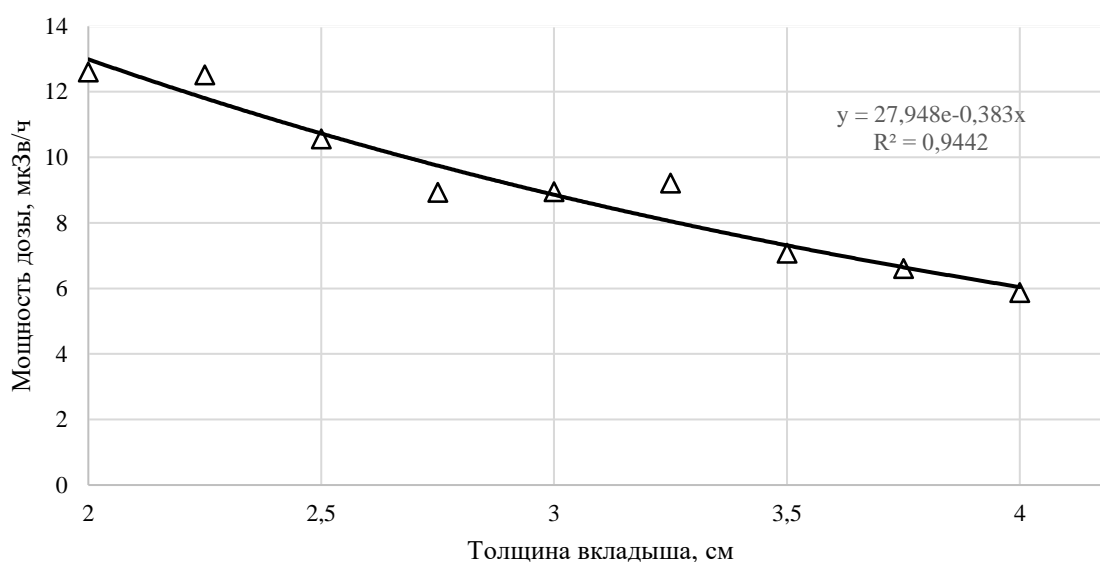


Рисунок 4 – Мощность дозы в зависимости от толщины вкладыша на расстоянии 1 м от боковой поверхности контейнера

В качестве оптимизационной задачи, было принято решение рассмотреть возможность увеличения объема радиоактивных отходов в контейнере. Поскольку сорбент имеет водную основу, он входит в общую массу воды, которая перемешивается с цементом. Общий объем воды, заполняющей внутреннее пространство вкладыша, составляет 440 литров. Таким образом, если полностью заместить воду сорбентом, при сохранении удельной массовой активности сорбента, получится увеличить суммарную активность радиоактивных веществ в контейнере.

Расчет показал, что при данном варианте компоновки, мощность дозы на расстоянии 1 метр от поверхности контейнера составляет 24,26 мкЗв/ч, при сохранении толщины стального вкладыша. Суммарная активность отходов достигает 44,04 Ки, при этом остается возможность для увеличения удельной активности радиоактивных веществ в составе сорбента. При сохранении объема сорбента 440 литров и сохранении отношения масс цемента и воды 1:2, удельная активность радиоактивных веществ может составлять 0,1648 Ки/кг, при мощности дозы 40 мкЗв/ч на расстоянии 1 м от боковых стенок контейнера.

Таким образом, в ходе расчета установлено, что для хранения радиоактивных отходов при заданных условиях для контейнера типа НЗК-150-1.5П необходимо использовать стальной вкладыш, который позволяет поместить внутрь контейнера отходы с активностью примерно в 16 раз большей, чем компоновка с использованием гомогенной смеси бетона.

Заключение

Расчетно-экспериментальные исследования композитных радиационно-защитных материалов направлены на реализацию одного из основных принципов радиационной защиты – принципа оптимизации и имеют значительный потенциал в сокращении затрат на всех этапах жизненного цикла ОИАЭ, начиная с проектирования и сооружения, заканчивая снятием с эксплуатации.

Расчетные исследования радиационных параметров контейнеров с различными вариантами размещения цементного компаунда, содержащего сорбент с радиоактивными изотопами, позволяют оптимизировать состав радиационной защиты. Полученные результаты будут использованы при проведении экспериментальных работ по кондиционированию ЖРО. Результаты эксперимента позволят произвести верификацию расчетной модели.

Библиографический список

1. Наумов А. А. Минимизация дозовых затрат при ремонтном обслуживании систем и оборудования АЭС / А. А. Наумов, О. Л. Ташлыков // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2010. – № 1. – С.80–88.
2. Ташлыков О. Л. Дозовые затраты персонала в атомной энергетике. Анализ. Пути снижения. Оптимизация : монография / О. Л. Ташлыков. – Saarbrücken : LAP LAMBERT Academic Publishing GmbH & Co. RG, 2011. – 232 с.
3. Ташлыков О. Л. Методы оценки и снижения дозовых нагрузок при ремонте АЭС : учеб. пособие / О. Л. Ташлыков. – Екатеринбург : УГТУ-УПИ, 2009. – 118 с.
4. Composition Optimization of Homogeneous Radiation-Protective Materials for Planned Irradiation Conditions / O. L. Tashlykov, S. E. Shcheklein, I. M. Russkikh [et al.] // Atomic Energy. – 2017. – Vol. 121, Is. 4. – P. 303–307.
5. Experimental and Theoretical Study of Organometallic Radiation-Protective Materials Adapted to Radiation Sources with a Complex Isotopic Composition / O. L. Tashlykov, S. E. Shcheklein, I. M. Russkikh, E. N. Seleznev // Physics of Atomic Nuclei. – 2015. – Vol. 78, №. 12. – P. 1451–1456.
6. Экспериментальное исследование защит от гамма-излучения органо-металлических композиций / О. Л. Ташлыков, С. Е. Щеклеин, А. П. Хомяков [и др.] // Глобальная ядерная безопасность. – 2015. – № 2 (15). – С. 49–55.
7. Расчетно-экспериментальное исследование гомогенных защит от гамма-излучения / О. Л. Ташлыков, И. М. Русских, С. Е. Щеклеин [и др.] // Ядерная и радиационная безопасность. – 2015. – № 3 (77). – С. 17–24.
8. Михайлова А. Ф. Пути реализации принципа оптимизации в радиологической защите персонала / А. Ф. Михайлова, О. Л. Ташлыков // Ядерная физика и инжиниринг. – 2018. – Т. 9, № 4. – С. 393–401.
9. Литовченко В. Ю. Расчетное обоснование радиационных параметров защитного контейнера с цементным компаундом, содержащим сорбент с изотопами цезия-137 и кобальта-60 / В. Ю. Литовченко, Н. А. Васютин, О. Л. Ташлыков // Ядерные технологии: от исследований к внедрению : сб. материалов науч.-практ. конф. (17–18 окт. 2019 г.) / Нижегород. гос. техн. ун-т им. Р. Е. Алексеева. – Нижний Новгород : НГТУ, 2019. – С. 85–86.
10. Modeling radiation protection of containers for transporting isotopes with high-energy beta irradiation / V. Yu Litovchenko, N. A. Vasutin, O. L. Tashlykov [et al.]. – DOI 10.1063/1.5134285 // AIP Conference Proceedings. – 2019. – 2174 : Physics, technologies and innovation (PTI-2019) : Proceedings of the VI International Young Researchers' Conference. – 020134.
11. Investigation of radiation shielding properties for some building materials reinforced by basalt powder / K. A. Mahmoud, O. L. Tashlykov, A. F. El Wakil [et al.]. – DOI 10.1063/1.5134187 // AIP Conference Proceedings. – 2019. – 2174 : Physics, technologies and innovation (PTI-2019) : Proceedings of the VI International Young Researchers' Conference. – 020036.
12. Mahmoud K. A. Gamma ray shielding characteristics and exposure buildup factor for some natural rocks using MCNP-5 code / K. A. Mahmoud, M. I. Sayyed, O. L. Tashlykov // Nuclear Engineering and Technology. – 2019 – Vol. 51 – P. 1835–1841.

13. Моделирование радиационной защиты контейнеров для транспортировки высокоэнергетических бета-источников / В. Ю. Литовченко // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Материаловедение и новые материалы. – 2019. – Вып. 5 (101). – С.4–12.
 14. Decommissioning Features of BN-350, -600 Fast Reactors / Yu. V. Nosov, A. V. Rovneiko, O. L. Tashlykov, S. E. Shcheklein // Atomic Energy. – 2019. – Vol. 125, Is. 4. – P. 219–223.
 15. Повышение Эффективности локализации радионуклидов кобальт-60 и цезий-137 из жидких радиоактивных отходов в решении проблемы обеспечения радиационной безопасности АЭС / В. П. Ремез, О. Л. Ташлыков, С. Е. Щеклеин [и др.] // Ядерная физика и инжиниринг. – 2016. – Т. 7, № 2. – С.129–137.
- Расчетные методы оптимизации радиационной защиты контейнеров для хранения твердых радиоактивных отходов / Н. А. Васютин, Е. О. Семёнова, А. Ф. Михайлова, О. Л. Ташлыков [и др.] // Энерго- и ресурсосбережение. Энергообеспечение. Нетрадиционные и возобновляемые источники энергии : материалы Всерос. науч.-практ. конф. студентов, аспирантов и молодых ученых с междунар. участием. – Екатеринбург : УрФУ, 2016. – С. 349–352.